

Ж 53
А99

АКАДЕМИЯ НАУК СОЮЗА ССР
ГОСУДАРСТВЕННЫЙ КОМИТЕТ
ПО ИСПОЛЬЗОВАНИЮ
АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ СССР

Атомная Энергия

Ежемесячный журнал
ГОД ИЗДАНИЯ ТРИНАДЦАТЫЙ

АТОМИЗДАТ ■ МОСКВА ■ 1968

Том 24 ■ Апрель ■ Вып. 4

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ:

А. И. АЛИХАНОВ, А. А. БОЧВАР, А. П. ВИНОГРАДОВ, Н. А. ВЛАСОВ (зам. главного редактора), И. Н. ГОЛОВИН, Н. А. ДОЛЛЕЖАЛЬ, А. П. ЗЕФИРОВ, В. Ф. КАЛИНИН, Н. А. КОЛОКОЛЬЦОВ (зам. главного редактора), А. К. КРАСИН, А. И. ЛЕЙПУНСКИЙ, В. В. МАТВЕЕВ, М. Г. МЕЩЕРЯКОВ, М. Д. МИЛЛИОНЩИКОВ (главный редактор), П. Н. ПАЛЕЙ, Д. Л. СИМОНЕНКО, В. И. СМИРНОВ, В. С. ФУРСОВ, В. Б. ШЕВЧЕНКО

СОДЕРЖАНИЕ

СТАТЬИ

- А. К. Красин, И. И. Саламатов, В. Б. Нестеренко, А. Н. Девойно. Развитие исследований в Институте ядерной энергетики АН БССР 307
- С. Т. Конобецкий, Б. М. Левитский, Л. Д. Пантелеев. К вопросу о механизме радиационного роста урана при малых дозах облучения 312
- В. И. Векслер, В. П. Саранцев, А. Г. Бонч-Осмоловский, Г. В. Долбильов, Г. А. Иванов, И. П. Иванов, М. Л. Иовнович, И. В. Кожухов, А. Б. Кузнецов, В. Г. Маханьков, Э. А. Перельштейн, В. П. Рашевский, К. А. Решетникова, Н. Б. Рубин, С. Б. Рубин, П. И. Рыльцев, О. И. Ярковой. Коллективное линейное ускорение ионов 317
- В. П. Дзюбенко, В. П. Дмитриевский, Б. И. Замолотчиков, В. В. Кольга. Кольцевой циклотрон с жесткой фокусировкой для многозарядных ионов 323
- В. В. Арсенин, В. А. Чуянов. О возможности подавления дрейфовой неустойчивости неоднородной плазмы с помощью системы обратных связей 327
- В. М. Вондаренко, Г. Г. Викторов, А. Г. Тархов. Об использовании космического излучения для оценки эффективности биологических защит 330
- С. Н. Барков. Многогрупповой аналитический метод расчета гетерогенного ядерного реактора 335
- П. Т. Потапенко. Предельная оценка качества внутриреакторного контроля нейтронного потока 340
- Д. М. Каминкер, К. А. Коноплев, Ю. П. Семенов, В. Д. Тренин. Поведение продуктов радиолиза при работе реактора ВВР-М без системы дегазации 343
- В. А. Жарков, В. П. Терентьев, Г. М. Фрадкин. Получение топлива изотопных электрогенераторов методами нейтронного облучения 348
- Ю. В. Рябов, Со Дон Сик, Н. Чиков, Н. Янева. Измерение отношения сечений радиационного захвата и деления для U^{235} и Pu^{239} в резонансной области энергий нейтронов 351

- В. А. Афанасьев, Б. В. Кебадзе, Г. А. Санковский, В. И. Грицков, И. Н. Соколов, Л. А. Адамовский, С. А. Маркин. Экспериментальное исследование устойчивости корпусного кипящего реактора ВК-50 363

АННОТАЦИИ ДЕПОНИРОВАННЫХ СТАТЕЙ

- Д. П. Осанов, В. П. Панова, Г. Б. Радзиевский. Измерение дозовых факторов накопления для точечных изотропных источников γ -излучения низкой энергии в воде 368
- В. А. Жарков, Т. П. Зорина, Г. М. Фрадкин. Самоэкранирование тепловых нейтронов в конечных цилиндрах и телах других геометрий 369
- И. Н. Бриккер, В. П. Астафьев, А. Р. Мирзаин. Обращенное решение тепловых уравнений двухкомпонентного ядерного реактора 370
- С. Ф. Дегтярев, А. П. Суворов, В. В. Тарасов, В. К. Тихонов, С. Г. Цыпин. Пространственные, угловые и энергетические распределения быстрых нейтронов в гидриде лития, воде, вольфраме и карбиде бора 370
- С. Ф. Дегтярев, В. Б. Староверов, В. В. Тарасов, В. К. Тихонов, С. Г. Цыпин. Экспоненциальные угловые коэффициенты нейтронов для неводородосодержащих сред 372
- В. К. Даруга, С. Ф. Дегтярев, В. И. Кухтевич, А. Н. Николаев, В. П. Поливанский, Б. И. Синицын, А. П. Суворов, В. В. Тарасов, В. К. Тихонов, С. Г. Цыпин. Пространственно-энергетические и угловые распределения нейтронов в литии 372
- С. М. Рубанов, В. И. Титов, Л. С. Шкорбатова. Расчет защиты контура с циркулирующим горючим 373
- В. Д. Горяченко. Акустическая неустойчивость ядерного реактора 374
- В. Д. Горяченко, Е. Ф. Сабаев. Акустические колебания в реакторе с циркулирующим газообразным горючим 375
- В. Д. Горяченко, В. А. Денеев, Ю. Ф. Трунин. Влияние изменения плотности делящегося вещества на устойчивость реактора с циркулирующим веществом 376
- В. С. Шуленни. Применение асимптотического P_N -приближения для расчета ячейки 376

285607

225307/м



При выходе из строя одного датчика предельным возмущением будет такое, когда максимум потока устанавливается у неисправного датчика. Ближайшие исправные датчики в этом случае образуют октаэдр с линейным размером $l\sqrt{2}$, и качество контроля в этом районе уменьшается до величины

$$Q_0 = 1 - \frac{k_\infty - 1}{6M^2} l^2. \quad (23)$$

Формула (23) получается при рассмотрении предельного возмущения, созданного внутри сферы, описывающей октаэдр. В этом случае для безопасной работы реактора должна быть снижена мощность, по крайней мере в районе шести датчиков, прилегающих к неисправному, или снижен предел срабатывания аварийной защиты по этим датчикам на величину ухудшения качества.

Пользуясь понятием предельного возмущения, можно рассчитать качество контроля и для

случая, когда регулирующие элементы вводятся локально, например в виде стержней.

Предложенная методика позволяет дать предельную оценку эффективности систем объемного контроля нейтронного потока в активной зоне реактора.

В заключение автор выражает признательность Е. В. Филипчуку и В. И. Наумову за обсуждение работы.

Поступила в Редакцию 3/VI 1967 г.

ЛИТЕРАТУРА

1. Н. Н. Пономарев - Степной. «Инж.-физ. ж.», № 2, 42 (1962).
2. А. Я. Крамеров, Я. В. Шевелев. Инженерные расчеты ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1964.
3. Hydraulic Ball (Hy-Ball) Control System Development Program, 1-5 Quarterly Progress Reports, USAEC Report GNEC-251. General Nuclear Engineering Corporation, 1962, 1963.

Поведение продуктов радиолита при работе реактора ВВР-М без системы дегазации

Д. М. КАМИНГЕР, К. А. КОНОПЛЕВ, Ю. П. СЕМЕНОВ, В. Д. ТРЕНИН

УДК 621.039.568

В водяном замедлителе-теплоносителе реакторов под действием излучения образуются водород и его перекись. Радиационно-химические выходы этих молекулярных продуктов, а также некоторых других, являющихся результатом взаимодействия радикалов и молекулярных продуктов с примесями, растворенными в воде, зависят от многих факторов. К их числу относятся мощность поглощенной дозы, соотношение разных видов излучения, присутствие в воде растворенных газов и примесей, температура воды, скорость прохождения воды через активную зону и т. п.

На количество растворенных в воде продуктов радиолита и их соотношение существенное влияние оказывает тип и конструкция реактора. Например, в реакторах бассейнового типа и в кипящих реакторах газообразные продукты радиолита удаляются из воды, что влияет на установление равновесных концентраций продуктов радиолита.

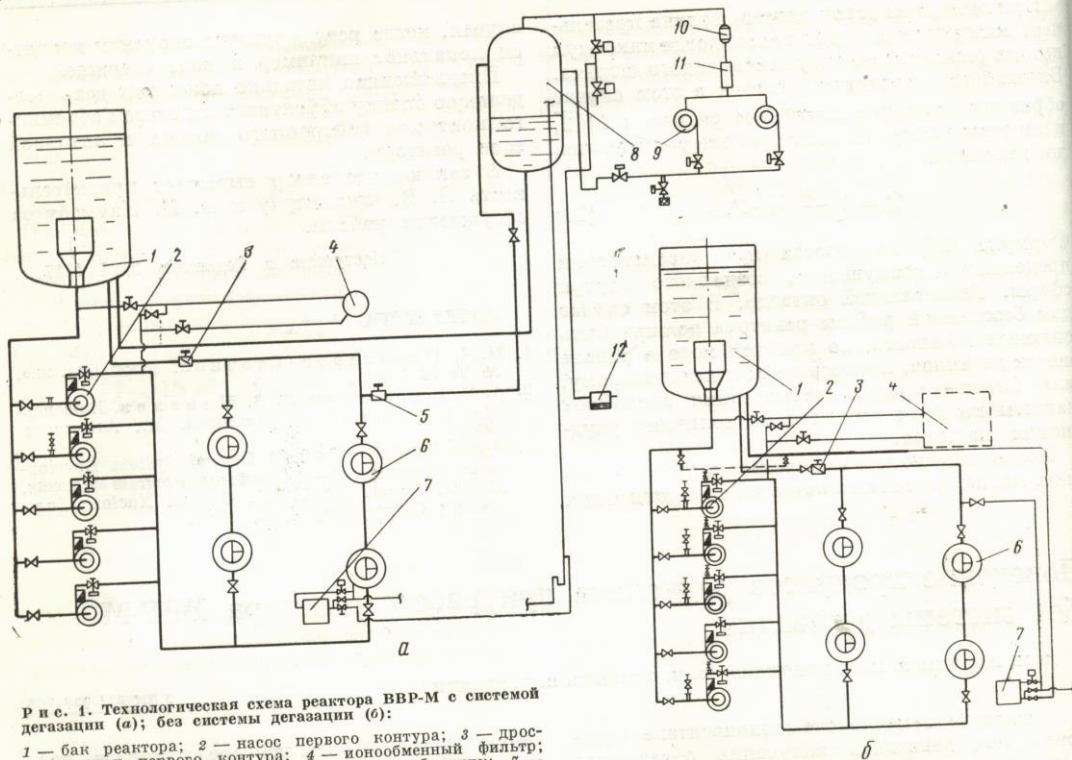
Следует отметить, что в литературе имеются многочисленные данные по исследованию механизма радиолита и влиянию перечисленных выше факторов на радиолит воды. Однако изу-

чению радиолита воды непосредственно на действующих реакторах с водой, используемой в качестве замедлителя и теплоносителя, посвящено сравнительно мало работ [1-4, 6].

Радиолит воды, охлаждающей активную зону реакторов, имеет специфические особенности, которые часто невозможно воспроизвести в лабораторных условиях.

Указанные соображения явились причиной того, что в технологическую схему охлаждения реакторов ВВР-С, ВВР-М и им подобных с целью обеспечения максимальной безопасности их эксплуатации были введены довольно сложные системы дегазации, предназначенные для удаления образующегося при радиолите воды водорода [5] (рис. 1).

Изучение эффективности работы системы дегазации и сжигания гремучей смеси на реакторе ВВР-М поставило под сомнение целесообразность ее использования [6]. После проведения экспериментов, показавших, что концентрация водорода в воде первого контура охлаждения реактора при мощности до 18 Мвт не зависит от того, работает или не работает система дегазации, а ее величина гораздо меньше вели-



Р и с. 1. Технологическая схема реактора ВВР-М с системой дегазации (а); без системы дегазации (б):
 1 — бак реактора; 2 — насос первого контура; 3 — дроссель-клапан первого контура; 4 — ионообменный фильтр; 5 — дроссель-клапан дегазатора; 6 — теплообменник; 7 — электрофорезный фильтр; 8 — дегазатор; 9 — газодувка замкнутого контура дегазации; 10 — дожигатель; 11 — конденсатор; 12 — водосборник системы дегазации.

чины насыщения, система дегазации в начале 1965 г. была отключена, а в 1966 г. демонтирована.

Вывод о бесполезности системы дегазации был подтвержден также в результате изучения работы небольшой модели дегазатора, выполненной с учетом возможности взрыва. Было показано, что выделение гремучей смеси и ее концентрация не зависят от того, работает или не работает система дегазации.

Во время работы реактора с системой дегазации и без нее был исследован радиолиз воды контура охлаждения реактора с целью определения:

- а) времени достижения равновесных концентраций продуктов радиолиза при работе реактора на различных мощностях;
- б) влияния изменения мощности реактора на накопление продуктов радиолиза в воде первого контура реактора;

- в) влияния водной поверхности в баке реактора на поведение продуктов радиолиза;
- г) влияния изменения температуры и скорости (расхода) воды первого контура реактора на поведение продуктов радиолиза;
- д) распределения продуктов радиолиза в коммуникациях первого контура.

Решение этих вопросов определяет основные особенности радиолиза воды в реакторе ВВР-М и возможность безаварийной работы реактора без системы дегазации.

При выполнении данной работы важно было правильно выбрать критерий безопасного проведения всех экспериментов и контрольные точки для отбора проб газа и воды на анализ. Пробы воды для анализа растворенных в ней газов отбирали на входе и выходе воды из активной зоны реактора и с «зеркала» водной поверхности в баке реактора. Газовые пробы отбирали из дегазатора и из воздушного пространства над водной поверхностью в баке реактора. В качестве критерия безопасного

проведения работы были выбраны величина концентрации растворенного в воде водорода $1 \cdot 10^{-3}$ г H_2 /кг H_2O [растворимость водорода в воде в пределах рабочих температур воды первого контура охлаждения реактора 20—60° С составляет соответственно $(1,6-1,2) \times 10^{-3}$ г H_2 /кг H_2O] и величина концентрации в воздушных объемах реактора 1 об.% при взрывоопасной концентрации (4,1—4,2)% H_2 .

Анализ содержания водорода в воде первого контура и в газовых объемах реактора проводили по методикам, описанным в работе [7], с точностью определения растворенного в воде водорода ± 10 об.% и в пробах газовой фазы ± 3 об.%. Анализ перекиси водорода в воде проводили полярографическим и перманганатометрическим методами с точностью ± 3 об.%. Для определения времени установления равновесных концентраций продуктов радиолиза

продуктов радиолиза увеличиваются нелинейно с ростом мощности реактора, а при мощности более 8 Мвт рост их концентрации не обнаружен. Максимальное значение концентрации растворенного в воде водорода не превышало $4,0 \cdot 10^{-4}$ г H_2 /кг H_2O , а перекиси водорода $4,0 \cdot 10^{-4}$ моль H_2O_2 /кг H_2O и обычно составляло $3,0 \cdot 10^{-4}$ г H_2 /кг H_2O и $3,0 \cdot 10^{-4}$ моль H_2O_2 /кг H_2O .

Нелинейность роста концентрации продуктов радиолиза с увеличением мощности реактора и независимость концентрации от мощности при более высоких ее значениях можно, по-видимому, объяснить тем, что с ростом поглощаемой водой дозы нейтронного и γ -излучений увеличивается удельная плотность радикаль-

продуктов радиолиза с увеличением мощности реактора и независимость концентрации от мощности при более высоких ее значениях можно, по-видимому, объяснить тем, что с ростом поглощаемой водой дозы нейтронного и γ -излучений увеличивается удельная плотность радикаль-

продуктов радиолиза с увеличением мощности реактора и независимость концентрации от мощности при более высоких ее значениях можно, по-видимому, объяснить тем, что с ростом поглощаемой водой дозы нейтронного и γ -излучений увеличивается удельная плотность радикаль-

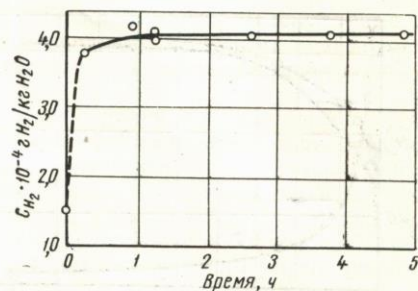


Рис. 2. Зависимость концентрации растворенного в воде первого контура водорода от времени после выхода реактора на постоянную мощность:

$W = 2$ Мвт; $t_{H_2O} = 27 \pm 2^\circ$ С; $Q = 1860$ м³/ч.

концентрация продуктов радиолиза увеличивается нелинейно с ростом мощности реактора, а при мощности более 8 Мвт рост их концентрации не обнаружен. Максимальное значение концентрации растворенного в воде водорода не превышало $4,0 \cdot 10^{-4}$ г H_2 /кг H_2O , а перекиси водорода $4,0 \cdot 10^{-4}$ моль H_2O_2 /кг H_2O и обычно составляло $3,0 \cdot 10^{-4}$ г H_2 /кг H_2O и $3,0 \cdot 10^{-4}$ моль H_2O_2 /кг H_2O .

Нелинейность роста концентрации продуктов радиолиза с увеличением мощности реактора и независимость концентрации от мощности при более высоких ее значениях можно, по-видимому, объяснить тем, что с ростом поглощаемой водой дозы нейтронного и γ -излучений увеличивается удельная плотность радикаль-

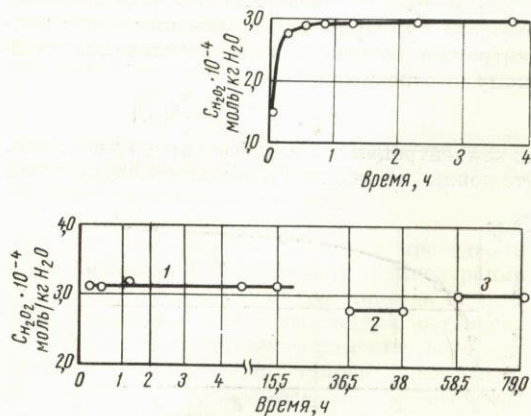


Рис. 3. Зависимость концентрации растворенной в воде первого контура перекиси водорода от времени после выхода реактора на мощность:

верхний график $W = 2$ Мвт; нижний график $W = 10$ Мвт; $Q = 1860$ м³/ч; 1 — $t_{H_2O} = 44^\circ$ С; 2 — 47° С; 3 — 45° С.

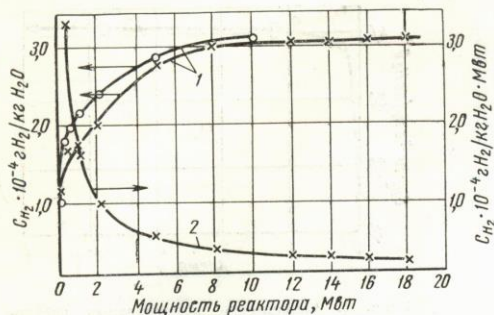
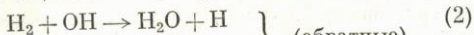
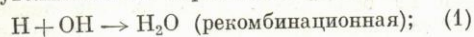


Рис. 4. Зависимость концентрации растворенного в воде первого контура водорода от мощности реактора (кривые 1); кривая 2 то же, что и 1, но отнесенная к мощности реактора:

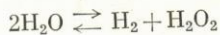
$t_{H_2O} = 50 \pm 2^\circ C$; $Q = 1860 \text{ м}^3/\text{ч}$.

ных и молекулярных продуктов, а следовательно — увеличивается вероятность реакций:



Вероятно, в результате этих реакций при мощности реактора выше 8 Мвт количество молекул воды, образующихся из радикальных и молекулярных продуктов, становится близким к количеству молекул воды, разлагающихся в единицу времени, и концентрация продуктов радиолиза в воде первого контура практически не изменяется.

Концентрация растворенной в воде перекиси водорода примерно в два раза превышает концентрацию водорода, хотя по стехиометрическому соотношению



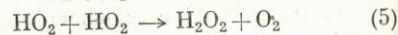
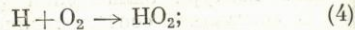
их концентрации должны быть примерно равны. Это можно, по-видимому, объяснить следующим.



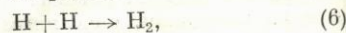
Рис. 5. Зависимость концентрации растворенной в воде первого контура перекиси водорода от мощности реактора:

$t_{H_2O} = 50 \pm 2^\circ C$; $Q = 1860 \text{ м}^3/\text{ч}$.

1. Растворенный в воде кислород реагирует при прохождении воды первого контура через активную зону реактора с радикалами Н по реакциям



и повышает концентрацию перекиси водорода. Концентрация растворенного в воде водорода, образующегося по реакции



будет ниже из-за конкурирующей реакции (4).

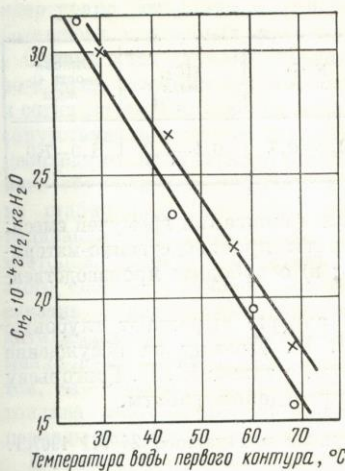
2. Вероятность реакций образующихся радикалов Н и ОН и молекулярных продуктов H_2 и H_2O_2 с примесями, присутствующими в воде, может быть различной.

Концентрация водорода в воздушном пространстве над водной поверхностью в баке реактора, по нашим оценкам, составила меньше 0,005% — предела чувствительности измерительной аппаратуры. При расходе воздуха через воздушное пространство $\sim 1000 \text{ м}^3/\text{ч}$ количество удаляемого из воды водорода меньше 50 л/ч ($< 4 \text{ гH}_2/\text{ч}$), в то время как расход циркулирующего с водой первого контура водорода составляет $\sim 900 \text{ гH}_2/\text{ч}$. Следовательно, удаление водорода с водной поверхности в баке реактора мало.

Для сравнения следует заметить, что система дегазации реактора ВВР-М удаляла $\sim 80 \text{ гH}_2/\text{ч}$ и практически не влияла на концентрацию водорода в воде.

Было исследовано также влияние на концентрацию продуктов радиолиза двух параметров — температуры и расхода воды первого контура реактора. Исследование зависимости от температуры было предпринято в связи с тем, что изменение температуры воды влияет на растворимость водорода и химическую стойкость перекиси водорода. Температура воды первого контура изменялась от 30 до 70° С. Мощность реактора и расход воды поддерживались постоянными. Результаты исследований представлены на рис. 6 и 7. Как видно из рис. 6, концентрация водорода в пределах указанных температур изменяется линейно с изменением температуры. При увеличении температуры на 1° С концентрация растворенного в воде водорода уменьшается на величину $\sim 3 \cdot 10^{-6} \text{ гH}_2/\text{кг H}_2\text{O}$.

Концентрация перекиси водорода при увеличении температуры до 50° С изменяется незначительно (см. рис. 7), а выше 50° С резко уменьшается, что, по-видимому, связано с

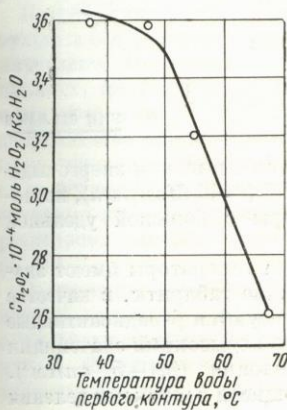


Р и с. 6. Зависимость концентрации растворенного в воде первого контура водорода от температуры воды первого контура:

$W = 5 \text{ Мвт}; Q = 1860 \text{ м}^3/\text{ч}.$

уменьшением химической стойкости перекиси водорода при температуре выше 50°C .

Для исследования зависимости концентрации продуктов радиолиза от скорости воды в активной зоне изменялся расход воды (от 500 до $\sim 2000 \text{ м}^3/\text{ч}$) при постоянных значениях мощности реактора и температуры воды первого контура. Результаты, представленные на рис. 8, показывают, что концентрация растворенного в воде водорода практически не зависит от скорости воды, в то время как концентрация перекиси водорода несколько возрастает с увеличением скорости. Однозначно объяснить эти экспериментальные результаты трудно. Маловероятно, что имеет место влияние изменения скорости прохождения воды через активную зону реактора, так как оно может наблюдаться только при очень больших (практически недо-

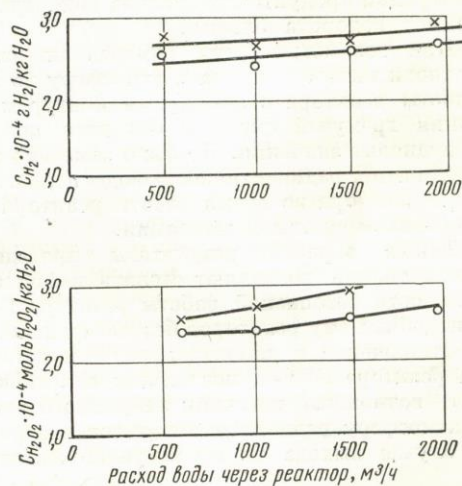


Р и с. 7. Зависимость концентрации растворенной в воде первого контура перекиси водорода от температуры воды первого контура:

$W = 5 \text{ Мвт}; Q = 1860 \text{ м}^3/\text{ч}.$

стижимых) скоростях, когда молекулярные и радикальные продукты не успеют прореагировать непосредственно в поле излучения активной зоны реактора.

Влияние находящихся в воде первого контура реактора примесей на концентрацию продуктов радиолиза подробно не исследовалось. Однако при измерении их концентрации в течение продолжительного времени были замечены колебания ($\sim 20\%$) значений концентраций этих продуктов в различные периоды работы реактора на одной и той же мощности и при одинаковых значениях температуры и скорости воды. Эти колебания можно объяснить изменением качественного и количественного состава примесей. Результаты анализов, приведенные в таблице, показывают пределы изменения состава воды.



Р и с. 8. Зависимость концентрации растворенных в воде первого контура водорода (верхний график) и перекиси водорода (нижний график) от расхода воды первого контура:

$W = 2 \text{ Мвт}; t_{\text{H}_2\text{O}} = 30 \pm 2^\circ \text{C}.$

Следует подчеркнуть, что при проведении всех описанных экспериментов концентрация растворенного в воде водорода никогда не превышала значения $4 \cdot 10^{-4} \text{ г H}_2/\text{кг H}_2\text{O}$, оставаясь в 3—5 раз меньше растворимости водорода в воде в пределах рабочих температур и давлений в реакторе. Следовательно, в реакторе ВВР-М и в реакторах подобного типа отсутствует возможность выделения водорода в виде пузырьков и последующего образования гремучей смеси в коммуникациях первого контура. Этот вывод подтверждается также результатами

Пределы изменения состава воды первого контура реактора ВВР-М

ρ , ом·см	pH	Сухой остаток, мг/л	Жесткость, мг-экв/л	Fe ⁺⁺⁺ , мг/л	NO ₂ ⁻ , мг/л	NO ₃ ⁻ , мг/л	SiO ₂ , мг/л	Окисля- емость O ₂ , мг/л
$(1 \div 6) \cdot 10^5$	5,0—5,9	2,0—8,4	10—33	Следы до 1,0	0,01—0,2	0,2—0,8	0,1—1,0	1,0—7,0

прямого эксперимента: газовые полости с гремучей смесью не образовывались даже в специальных устройствах — ловушках, подключившихся к первому контуру в местах наиболее вероятного выделения газовой фазы — на всас циркуляционных насосов.

Сравнение данных, полученных при изучении радиолитиза на реакторе SILOE, а также на реакторах MTR и ETR, с результатами, полученными на реакторе ВВР-М, показало, что концентрации продуктов радиолитиза водорода и перекиси водорода близки.

При дозиметрических измерениях величин радиоактивного выброса в атмосферу во время работы реактора с замкнутым контуром сжигания гремучей смеси и без него получены одинаковые значения. Не было замечено также увеличения радиоактивности воды первого контура реактора во время работы реактора с отключенной системой дегазации.

Таким образом, результаты проведенных исследований позволяют сделать вывод о возможности безопасной работы реактора ВВР-М и подобных ему реакторов без систем дегазации.

Отключение и демонтаж системы дегазации на реакторе ВВР-М позволили: а) ликвидировать возможный источник аварийного выброса в атмосферу радиоактивных газов и аэрозолей в случае выхода из строя узлов замкнутого

контура дегазации и сжигания гремучей смеси; б) сократить затраты производственно-материальных ресурсов; в) освободить производственные помещения.

В заключение авторы выражают глубокую благодарность П. И. Долину за обсуждение результатов работы, а также Ю. П. Григорьеву за помощь при проведении работы.

Поступила в Редакцию 24/VII 1967 г.

ЛИТЕРАТУРА

1. A. Allen et al. J. Phys. and Coll. Chem., 56, 575 (1952).
2. П. И. Долин, Б. В. Эршлер. В кн. «Материалы Международной конференции по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1955)». Т. 7. М., Госхимиздат, 1958, стр. 687.
3. A. Kostyrko. Nukleonika, 5, 133 (1960).
4. L. Dolle. Industries Atomiques, 9, 57 (1965).
5. В. В. Гончаров и др. В кн. «Труды Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1958)». Т. 2. М., Атомиздат, 1959, стр. 293.
6. Д. М. Каминкер и др. «Атомная энергия», 19, 517 (1965).
7. В. Д. Тренин. «Атомная энергия», 20, 167 (1966).

Получение топлива изотопных электрогенераторов методами нейтронного облучения

В. А. ЖАРКОВ, В. П. ТЕРЕНТЬЕВ, Г. М. ФРАДКИН

УДК 621.039.9

В последние годы широкое развитие получили работы по созданию изотопных генераторов энергии (ИГЭ). Такие источники используются, например, для питания бортовой аппаратуры искусственных спутников Земли, автоматических метеорологических станций, различных навигационных и гидроакустических устройств, портативной переносной аппаратуры. Область применения ИГЭ может быть значительно расширена, особенно если учесть, что применение

радиоактивных изотопов с высоким энерговыделением, таких, как U²³² (~40 Мэв/расп), позволит создать генераторы с большой удельной энергоемкостью.

В тех случаях, когда генераторы имеют значительный вес и большие габариты, в качестве топлива обычно используются β-радиоактивные изотопы с относительно невысокими значениями удельного энерговыделения (0,1—5 вт/см³). Такие изотопы, являющиеся осколками деления